

資料 2 - 2 「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン」
の作成にあたり参考とした現場経験及び知見とその反映について¹
に関するコメント（案）

	コメント
6p	C-1. 機械設備、電気設備及び計装設備について、一律で保管環境とあわせて想定要否の考え方を整理することが記載されているが、運転状態と異なる条件で保管されていることで、劣化がないといえるのか。例えば、満水保管による冷却水が流れないことによる影響、また、保管状態での乾燥と湿潤が繰り返すことによる不純物（塩化物等）の部分的な濃縮などを考慮しなくてもよいのか。
8p	添付資料 について、「コンクリート構造物及び鉄骨構造物に対する経年劣化事象の技術ベースとして整理」とあるが、それ以外（例えば、雨仕舞）は考慮しなくてよいのか。 表 8 の想定否「×」の欄に、「機器を使用しない限り経年劣化の発生又は劣化の進行が限りなく小さいと判断できる場合、想定否「×」として整理」と記載されている。照射誘起型応力腐食割れについては、照射脆化が問題となる原子炉圧力容器炉心領域部や IASCC が問題となるシュラウドは、30 年目以降の高経年技術評価では既に照射により劣化している。この状態で欠陥を想定しても×としているということか。欠陥の発生は想定しない（×）ということか。どこまで想定しているのか。
14p	(2) a .保管手法 において乾式保管は系外に内部流体を排出し空気や窒素と置換を行う場合等を想定しているが、内部流体を完全に排出するのは難しいので、熱風乾燥や真空乾燥を行う等の条件を付ける必要があるのではないか。
16p	原子炉格納容器やコンクリート構造物への長期停止による経年劣化による強度等への影響の前提条件として、長期停止期間中による建屋等の内部環境のうち湿度を考慮しなくてもよいのか。特に、記載されていないコンクリート構造物の鉄骨の強度低下には、腐食として水分等による腐食も想定されるのではないか。
23p	f. 電圧の印加/通電による劣化（トリーイング、断線等）には、通電しないことによる劣化（MCC 内の結露が原因の腐食等）も考慮が必要なのではないか。
25p 等	25p の表中 3 の停止期間中に機械振動を受ける設備（非常用ディーゼル発電機基礎）について「添付資料 で長期停止期間中は想定不要（×）としている事象に限る」とされている。また、37p 表中の補足説明事項で「添付資料 の要否「×」事象」とされている。さらに、53p 表中で「非常用ディーゼル発電機基礎は、・・・機械振動の影響は極めて小さい。」とされている。しかし、引用した文献（柏崎刈羽 5 号機補足説明資料）にはそのような記載がない。 直近の冷温停止状態の審査対象プラント（柏崎刈羽 2 号機（BWR）及び泊 2 号機（PWR））では、事業者は停止期間中に機械振動を受ける設備を対象として技術評価している。

¹第 2 回経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会資料

	<p>柏崎刈羽 2 号機補足説明資料別紙 9 参照方 (R2.3.17 審査ヒアリング資料)</p> <p>http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf</p> <p>http://www2.nsr.go.jp/data/000306725.pdf</p> <p>泊 2 号機補足説明資料別紙 8 参照方 (R2.3.19 審査ヒアリング資料)</p> <p>http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf</p> <p>上記の柏崎刈羽 2 号機補足説明資料別紙 9 (9-3 頁) では、「補修を要するひび割れは確認されていない。」と記載されている。すなわち、事業者は非常用ディーゼル発電機基礎に対して目視点検でひび割れを確認したうえで補修要否について評価している。</p> <p>柏崎刈羽 5 号機 (BWR) 及び泊 1 号機 (PWR) に対する原子力規制委員会の審査書では、停止期間中における機械振動による強度低下として「評価対象機器のコンクリート基礎への定着部周辺コンクリート表面に機械振動による有意なひび割れが発生していないこと」を確認している。</p> <p>柏崎刈羽 5 号機審査書参照方 (R2.2.27 認可)</p> <p>http://www.nsr.go.jp/data/000303246.pdf</p> <p>泊 1 号機審査書参照方 (R1.5.27 認可)</p> <p>http://www.nsr.go.jp/data/000271227.pdf</p> <p>日本原子力学会標準 2008 年版の劣化メカニズムまとめ表には、「機械振動による強度低下」として部位欄に非常用ディーゼル発電機基礎が記載されている。</p>
29, 30p	<p>原子炉圧力容器のクラッド下層部の亀裂について、表中の補足説明事項で「国内の原子炉圧力容器は、制作時の溶接入熱を管理している。」とされている。製造時に検出限界以下のクラッド下層部の亀裂が低サイクル疲労により進展していないことを特別検査で確認することになっているが矛盾しないか。</p>
32p	<p>原子炉格納容器のコンクリート埋設部の腐食について、表中の補足説明事項で「通常保全復帰後も、原子炉格納容器漏洩率試験を実施することで、継続的に機能を確保することができる。」とされている。漏洩率試験でコンクリート埋設部の腐食個所を特定することが可能と解釈される可能性があるのではないか。</p>
33p	<p>原子炉格納容器(BWR)のドライウェル外面塗膜の目視点検方法について説明が必要ではないか。</p> <p>生体遮蔽コンクリートとの間隙が小さく、目視可能な範囲は限定されるので全範囲は困難ではないか。</p>
37p	<p>アルカリ骨材反応について、表中の補足説明事項で「添付資料 の要否「×」事象」とされているが、直近の冷温停止状態の審査対象プラント (柏崎刈羽 2 号機 (BWR) 及び泊 2 号機 (PWR)) では、事業者は停止期間中におけるアルカリ骨材反応による強度低下の可能性について技術評価している。</p> <p>柏崎刈羽 2 号機補足説明資料 13-19 頁参照方 (R2.3.17 審査ヒアリング資料)</p> <p>http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf</p> <p>泊 2 号機補足説明資料 5-12 頁参照方 (R.2.3.19 審査ヒアリング資料)</p> <p>http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf</p> <p>原子力規制検査 (新検査制度) の事業者検査運用ガイドにおいて、アルカ</p>

	<p>リ骨材反応は運転初期から継続的に傾向監視を実施する劣化事象とされている。</p> <p>運用ガイド 29 頁表 3 参照方 http://www2.nsr.go.jp/data/000302840.pdf</p> <p>日本原子力学会標準 2008 年版の劣化メカニズムまとめ表では、「アルカリ骨材反応による強度低下」の高経年化技術評価不要の条件欄において特に記載がない。</p>
38p	<p>凍結融解について、表中の補足説明事項で「添付資料 の要否「×」事象」とされているが、直近の冷温停止状態の審査対象プラント（柏崎刈羽 2 号機（BWR）及び泊 2 号機（PWR））では、事業者は停止期間中における凍結融解による強度低下の可能性について技術評価している。</p> <p>柏崎刈羽 2 号機補足説明資料 13-19 頁参照方（R2.3.17 審査ヒアリング資料） http://www2.nsr.go.jp/data/000306726.pdf</p> <p>泊 2 号機補足説明資料 5-12 頁参照方（R.2.3.19 審査ヒアリング資料） http://www2.nsr.go.jp/data/000306754.pdf</p> <p>日本原子力学会標準 2008 年版の劣化メカニズムまとめ表では、「凍結融解による強度低下」の高経年化技術評価不要の条件欄において特に記載がない。</p>
56p	<p>原子炉圧力容器（BWR）のうち主蒸気ノズル等の腐食（FAC）について、主蒸気ノズル等は流れ加速型腐食を劣化対象としているが、満水保管時に流れ加速型腐食が発生すると解釈される可能性があるのではないか。</p>